

沸騰水型軽水炉過酷事故における炉心溶融物の挙動

(1) メタル系, 酸化物系溶融物によるステンレス鋼製構造物の破壊

Melting behavior of reactor core during severe accident of BWR

(1) Fracture behavior of stainless structure materials by molten metallic and oxidic corium

*墨田 岳大¹, 小林 能直¹, 植田 滋², 中桐 俊男³

¹東京工業大学, ²東北大学, ³日本原子力研究開発機構

沸騰水型軽水炉過酷事故時には, 炉心溶融物がステンレス鋼(SS)製炉心下部構造物を損傷させたと考えられる. 本研究では, メタル系溶融物を模擬した SS-B₄C 系融体や, 酸化物系溶融物を模擬した UO₂-Zr(O)系融体による, 固相 SS の破損挙動の評価を目的として, 各融体中への SS 固相の浸漬試験を行った.

キーワード: 過酷事故, 燃料デブリ取り出し, 共晶溶融, 原子炉材料, ステンレス鋼

1. 緒言

福島原発などの, 過酷事故(Severe Accident, SA)を起こした BWR の廃止措置を進めるためには, SA 時に生じる原子炉構成材料間の反応を把握する必要がある. 事故が発生して炉心が過熱すると, 初めに制御棒(B₄C)が, 制御棒被覆管(ステンレス鋼, SS)との共晶溶融反応により, 液化して溶融コリウムを形成して流下する. さらに温度が上昇すると, 燃料棒(UO₂)が燃料棒被覆管(Zircaloy)との共晶溶融反応により, 制御棒と同様に, 炉心下部へ落下していく. SA 時には, これら溶融コリウムが, SS 製炉心下部構造物を損傷させたと考えられる. 溶融コリウムには, 制御棒由来のメタル系コリウム(SS-B₄C)と, 燃料棒由来の酸化物系コリウム(UO₂-Zircaloy), およびそれらの複合コリウムが考えられる^[1]. 本研究では, メタル系コリウムを模擬した SS-B₄C 系融体や, 酸化物系コリウムを模擬した UO₂-Zr(O)系融体による, 固相 SS の破損挙動の評価を目的として, 各融体中への SS 固相の浸漬試験を行った.

2. 実験

2-1. メタル系溶融コリウムへの SS 棒浸漬試験

メタル系溶融コリウム模擬試料として SS-B₄C 共晶合金を作製した. SUS304 粉末試料と B₄C 粉末試料を 3.7 mass%B となるように混合し, アルミナるつぼに装入した. このるつぼを SiC 電気炉に装入し, 1723 K, Ar-3 %H₂ 雰囲気下で 90 min 保持後水冷し, 溶融物模擬試料を得た. 作製した合金を適量アルミナるつぼに入れ, SiC 電気炉に装入し, Ar-3 %H₂ 雰囲気下, 所定の温度で予備溶融させた. 溶融後, SUS304 棒状試験片を, るつぼに対して昇降できるようになっている回転浸漬試験用試験片ホルダーに取り付け, るつぼ直上に装入, 保持した. 2 min 予熱した後, 試験片を降ろし, 直ちに所定の回転速度で浸漬試験を開始した. 所定の時間経過後, 回転を止め, 直ちに試験片を取り出し, 水冷した. 試験温度は 1523~1623 K, 回転速度は 0~1000 rpm で, 浸漬時間は 30~240 sec で行った.

2-2. 酸化物系溶融コリウムへの SS 棒浸漬試験

酸化物系溶融コリウム模擬試料として UO₂-ZrO₂-Zr 溶融物を, CVR 研究所(チェコ共和国)が有する浮揚型誘導溶解炉(コールドクルーシブル)を用いて作製した. 溶融物温度が約 2873 K で安定した後, SUS304 棒状試験片を浸漬した. 所定の時間経過後試験片を取り出し冷却した. 浸漬時間は 2~10 sec で行った.

3. 結果・考察

図 1 に 1523K, 300 rpm でのメタル系溶融コリウム中への浸漬後試験片外観を, 図 2 に 70mass%UO₂-30mass%(50mol%ZrO₂+50mol%Zr)コリウム中への浸漬後試験片外観を示す. 浸漬時間の増加に伴う SS 固相の破損量の増加が確認された. 本発表では得られた結果について考察する.



図 1 メタル系コリウム中への浸漬後外観



図 2 酸化物系コリウム中への浸漬後外観

参考文献

[1] R. Sasaki, S. Ueda, S. Kim, X. Gao, S. Kitamura, *J. Nucl. Mater.*, **477**, 205-214 (2016)

*Takehiro Sumita¹, Yoshinao Kobayashi¹, Shigeru Ueda², and Toshio Nakagiri³

¹Tokyo Institute of Technology, ²Tohoku University, ³Japan Atomic Energy Agency